

# 伊方原子力発電所環境安全管理委員会原子力安全専門部会

## 議事録

令和6年8月28日（水）14：00～16：30

リジェール松山 7階 ゴールドホール

### 1 開会

#### ○事務局

皆さんこんにちは。防災安全統括部長の松田でございます。

ちょっと部会長の後ろからということちょっと非常に恐縮なんですけども、こちらから御挨拶をさせていただきます。委員の皆様方には大変お忙しい中、本会議に御出席いただきまして、誠にありがとうございます。また日頃から本県の原子力安全行政に格別の御理解、御協力を賜っておりますことに厚く御礼を申し上げます。

本日は、伊方原子力規制事務所の山形所長にオブザーバーとして御出席いただいております。どうぞよろしく願いいたします。

さて、伊方発電所では、7月19日に3号機の定期検査を開始し、各機器の点検や必要な安全対策工事を実施、1・2号機においては、廃炉作業が進められているところであります。御案内のとおり、先日、日向灘を震源とする地震が発生し、運用開始後初めて、南海トラフ地震臨時情報の巨大地震注意が発表され、巨大地震発生の可能性が相対的に高まったことへの備えが求められました。伊方発電所では、日頃から、万が一の事態に備えた警戒体制をとっており、仮に巨大地震が発生した場合であっても、迅速・的確な初動対応ができるものと聞いております。

本日は、3月の当部会におきまして、伊方3号機の運転開始後30年における高経年化技術評価について、各委員の皆様からいただきました御意見の内容や、伊方発電所3号機における検査指摘事項の対策実施状況等について、四国電力のほうから、御回答、御報告をいただくこととしております。

県といたしましては、地元の視点から、県民の安全安心を確保することが何よりも重要であると考えておりまして、四国電力に対し、えひめ方式による異常時の通報の徹底と、国による新たな知見が得られた際における必要な対応を求めていますところですが、これまで同様、委員の皆様方には、技術的、専門的な観点から厳しく御確認いただきますようお願いを申し上げまして、開会の御挨拶とさせていただきます。

本日はどうぞよろしく願いいたします。

## 2 報告事項

### (1) 伊方発電所3号機 高経年化技術評価（30年目）について

○望月部会長

ただいまから、伊方原子力発電所環境安全管理委員会原子力安全専門部会を開始いたします。まず項目は、報告事項が（1）と（2）とあるんですけども、まず報告事項（1）の「伊方発電所3号機 高経年化技術評価30年目について」、事務局及び四国電力から説明をお願いいたします。

○事務局

愛媛県原子力安全対策推進監の杉本でございます。失礼ですが着席して御説明いたします。本件につきましては、本年3月の原子力安全専門部会におきまして、四国電力から説明がありましたが、本日は3月に各委員からコメントがあった内容について、四国電力から回答いただきたいと思っております。

○望月部会長

ありがとうございます。それでは四国電力から説明をお願いいたします。

○四国電力

四国電力の川西でございます。御説明に入ります前に一言御挨拶させていただきたいと思っております。

原子力安全専門部会の委員の皆様におかれましては、日頃より伊方発電所の運営に関しまして、御高配と御指導賜りまして、厚く御礼申し上げます。

本日は、先ほど松田部長からもありましたけれども、現在国の審査をいただいております、伊方3号機の高経年化技術評価につきまして、3月に開催された本部会で頂戴したコメントの回答を中心に御説明させていただくこととしてございます。

また、伊方発電所の状況でございますが、これも先ほどありましたけれども3号機については、7月より第17回定期検査を行っているところで、9月末の送電再開、10月下旬の検査終了を予定してございます。定検作業につきましては本日まで計画どおり進捗してございます。私どもとしましては、今後とも安全を最優先に作業に取り組み、定検後の安定、安全運転により、地域の皆様への低廉で安定した電気の供給に貢献してまいりたいと思っております。

また、これもありましたけど、先日の日向灘を震源とする地震によりまして、南海トラフの臨時情報が発表されました。これにつきましての当社の対応状況についても、少し紹介させていただければと考えております。

それでは、伊方発電所3号機の高経年化技術評価につきまして、原子力本部管理グループの徳永より説明させていただきます。よろしくをお願いいたします。

## ○四国電力

四国電力原子力本部の徳永でございます。それでは資料1「伊方発電所3号機 高経年化技術評価30年目について」御説明をさせていただきます。失礼して着座にて説明させていただきます。

右上1ページをお願いいたします。

目次でございます。本日は、記載の3項目について御説明をいたします。資料の最後に、参考資料としまして各指摘事項の説明に対する補足説明や、用語解説を添付させていただいております。また、別添資料としまして前回3月の専門部会の資料についても、併せて配布をさせていただいております。

2ページをお願いいたします。

まず、国の審査状況でございますが、昨年11月に保安規定の変更認可を申請して以降、これまでに12回のヒアリング及び3回の審査会合を実施し、主な議論については終了してございます。また、7月31日から8月2日の間で伊方発電所におきまして、高経年化技術評価に係る書類等について、原子力規制庁に確認をいただいたところです。今後、これまでの審査状況を踏まえ、保安規定変更認可の補正申請を実施する予定としております。本日は本年3月の専門部会でいただいた指摘事項について御回答をいたします。

3ページをお願いします。

表に記載しております5つの指摘事項につきまして、次ページ以降、回答をまとめてございます。

4ページをお願いいたします。

1点目の指摘事項になります。「高経年化の評価というのは、部材ごとで評価することにより漏れが生じないようにしているが、資料は事象ごとに纏められているため漏れの有無が分からない。部材ごとの評価について説明すること。」という御指摘に対しまして、以下のとおり回答いたします。

前回の専門部会では、高経年化技術評価の説明に当たり、部材ごとではなく、経年劣化事象ごとに整理して説明をさせていただきました。これは、高経年化技術評価の対象機器数が約2万5千機器と膨大な数であることに対して、経年劣化事象が8事象と少数であることから、経年劣化事象ごとにまとめて説明したほうが、評価の全体像を把握しやすいとの考えによるものです。実際の高経年化技術評価では、日本原子力学会が作成したPLM基準附属書に基づき、対象となる部材ごとに想定すべき全ての経年劣化事象を抽出して評価しており、抜けや漏れが生じないように管理されております。次ページに、実際の高経年化技術評価で実施した部材ごとの評価の例として、原子炉容器の評価結果の一部をお示ししてございます。

5ページをお願いいたします。

高経年化技術評価書では、P L M基準に基づき、表のとおり、部位ごとに想定される経年劣化事象を抽出して評価を行い、問題がないことを確認しております。原子炉容器の評価結果の例をお示ししておりますが、左端に示す部位ごとに経年劣化事象を抽出し、丸や三角などの記号で整理して評価しております。なお、記号のない箇所については、当該部位・材料において、これまでに発生していない経年劣化事象となります。表の水色で示した部位を例にとりますと、材料が低合金鋼のステンレス内張りで、経年劣化事象として疲労割れ、劣化、ここでの劣化は中性子照射脆化となります。その他が想定され、それぞれ評価を実施しております。ここで白丸は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象で、経年劣化事象による性能低下の予測が、今後乖離する可能性が否定できない事象となります。白三角は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象、日常劣化管理事象で想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象。具体的には、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っている事象となります。黒三角は、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象、日常劣化管理事象以外で、現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる事象となります。

6 ページをお願いします。

2点目の指摘事項について説明いたします。「主要6事象は研究が進んでいるが、劣化事象が重畳したような場合の評価というのは研究が進んでいない。ある程度納得しやすいような考え方で高経年化評価における重畳の取扱いについて説明すること。」という御指摘に対しまして、以下のとおり回答いたします。

経年劣化事象に関して得られた国内外の運転経験や最新知見は、随時、P L M基準附属書に取り入れられ、常に最新の知見に基づく高経年化技術評価が実施できる環境が整えられております。現時点で劣化事象の重畳について考慮が必要とされている事象は、P L M基準に既に取り入れられており、7ページに例をお示ししております。また、高経年化技術評価では、部材ごとに経年劣化事象を抽出して評価しておりますが、部材ごとの経年劣化事象の重畳に対する考え方について、原子炉容器と1次冷却材配管を例として、8ページ以降にお示ししております。一方で、これまで考慮が必要とされていなかった劣化事象の重畳や、研究が十分進んでいないとされる劣化事象等については、事前にその顕在化を予測することが難しいですが、新たな知見が得られた場合には、関連するデータを関係者で共有、業界大で広く検討して、評価の見直しや、必要な対策を講じるなど、適切に対応してまいります。当社としては、引き続き、国内外のトラブルや材料劣化に係る研究成果など、最新情報の収集に努め、また、日々の保全活動での気づきがあれば、前広に対応を進めるなど、高経年化対策により一層の注意を払って、伊方3号機の安全安定運転に努めてまいります。

7 ページをお願いします。

高経年化技術評価において、既に劣化事象の重畳を考慮している事象の1例をお示ししております。炭素鋼配管の流れ加速型腐食については、内部流体の流れによる腐食や内部

流体の化学的特性による腐食の重畳により減肉が加速することが考えられますが、定期的に減肉傾向を確認し、減肉量が必要最小肉厚を超えないように、配管の取替え等の保全を行うことで、劣化の重畳を考慮した管理を実施しております。ケーブルの絶縁低下については、熱による劣化と放射線による劣化の重畳を考慮した健全性評価を行い、評価結果に基づき、実際にプラントに敷設しているケーブルの余寿命評価を実施しております。照射誘起型応力腐食割れ I A S C C については、中性子照射による影響と応力腐食割れの重畳を考慮した試験の結果を用いて評価を実施しております。低サイクル疲労割れについては、接液環境を考慮した低サイクル疲労評価を実施しており、疲労と腐食の重畳を考慮できております。これらの評価につきましては、前回の専門部会資料にて御説明をさせていただいております。

8 ページをお願いします。

部材ごとの劣化事象の重畳に対する考え方について、原子炉容器と 1 次冷却材配管を例にとって御説明をいたします。まずは、原子炉容器の部位ごとの経年劣化事象の整理表をお示ししておりますが、表の上半分は 9 ページ、下半分を 11 ページで御説明をいたします。表に記載の記号、丸、三角等につきましては、5 ページで説明したものと同様でございます。なお、黒三角に示す「内張り下層部の亀裂」につきましては、原子炉容器の製造時に、500～750℃の温度範囲の溶接後熱処理を受けると、発生しうる割れであることから、項目として挙げておりますが、原子炉容器製造時の非破壊検査において割れないことを確認しており、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断しております。

9 ページをお願いします。

原子炉容器の劣化事象の重畳に対する対応ですが、まずは整理表の上半分について御説明をいたします。なお、これから説明する内容は、想定している内容であり、既に保全の中に取り組んでおります。①水色の部位の疲労割れと中性子照射脆化の重畳については、中性子照射を受けると、材料の疲労強度が高くなることが知られており、現状の中性子照射脆化を考慮しない、すなわち、重畳を考慮しない状態での低サイクル疲労評価のほうが保守的な評価となります。これにつきましては、10 ページで補足をさせていただきます。また、中性子照射脆化の要因は、シリコン、ニッケル、マンガン原子集合体の形成等のマイクロ組織変化と考えられていますが、疲労の繰り返し応力によって原子集合体の形成等のマイクロ組織変化は起きないため、中性子照射脆化が促進されることはございません。②緑色の部位の腐食につきましては、当該部材に接している 1 次冷却材は、腐食の原因となる塩化物イオン濃度などを厳しく管理していること、シート面のステンレス鋼内張り表面には強固な酸化被膜が形成されていることから、当該部材における腐食は進展せず、また現状保全で腐食がないことを確認しているため、腐食と疲労割れは重畳しないと考えております。③紫色のスタッドボルトの腐食としては、原子炉容器フランジ部から 1 次冷却材が漏れ出し、スタッドボルトに接触した場合に腐食が考えられますが、スタッドボルトの内側にある原子炉容器フランジ部の O リングは締め付け管理を行っており、1 次冷却材は漏れしないことから、腐

食は進展せず、また現状保全にて腐食がないことを確認しているため、腐食と疲労割れは重畳しないと考えております。

10 ページをお願いいたします。

9 ページで御説明しました疲労割れと中性子照射脆化の重畳については、表 1 及び図 1 の 3 号機の赤線、1 号機の青線のとおり、横軸の中性子照射量が増えると、縦軸の材料の引張強さが増加します。また、図 2 に示すとおり、横軸の材料の引張強さが増加しますと、それに伴い、縦軸の疲労強度が高くなります。以上のことから、低サイクル疲労評価においては、中性子照射に伴い、疲労強度が高くなることを考慮しないほうが、保守的な評価となるため、中性子照射との重畳の影響は考慮しておりません。

11 ページをお願いいたします。

原子炉容器の整理表の下半分について御説明をいたします。④黄色の部位については、応力腐食割れの 3 因子である材料、応力、環境のうち、応力の観点において、応力条件の厳しい出入口管台及び炉内計装筒溶接部について、ウォータージェットピーニングにより、材料表面の引張応力を除去し、圧縮応力に改善しており、応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考えております。なお、低サイクル疲労割れの原因となる起動・停止時の繰り返し荷重を 300 回ほど加えても、ピーニング施工箇所の圧縮応力は維持され、応力腐食割れへの影響は生じないことを確認しております。⑤オレンジ色の部位につきましては、圧力バウンダリ部位ではないため、有意な応力は発生せず、材料、応力、環境の 3 因子が重畳しないことから、応力腐食割れが発生する可能性は小さく、応力腐食割れと低サイクル疲労割れは重畳しないと考えております。⑥ピンク色の部位につきましては、応力腐食割れの 3 因子である材料、応力、環境のうち、材料の観点において、管台及び溶接部ともに応力腐食割れに対する感受性の低い 690 系ニッケル基合金を採用していることから、応力腐食割れが発生する可能性は小さく、応力腐食割れと低サイクル疲労割れは重畳しないと考えております。

12 ページをお願いいたします。

次に、1 次冷却材配管における劣化事象の重畳について御説明をいたします。

13 ページをお願いいたします。

まず、1 次冷却材配管の整理表の上半分について御説明をいたします。⑦直管、エルボの疲労割れと熱時効の重畳について、現状保全において、当該部材に低サイクル疲労割れ等による亀裂が生じていないことを確認しておりますが、熱時効の亀裂進展評価においては、保守的に貫通亀裂があることを想定して評価を実施し、亀裂がほとんど進展せずに止まることを確認しております。また、熱時効により引張強さは若干上昇し、それに伴い疲労強度が高くなることが知られており、疲労評価に対して有利に働き、現状の熱時効を考慮しない、すなわち重畳を考慮しない状態での低サイクル疲労評価のほうが保守的な評価となります。応力腐食割れについては、次のページでお示しをさせていただきます。

14 ページをお願いします。

次に、1 次冷却材配管の整理表の下半分について御説明をいたします。⑧加圧器サージ管

台等の管台につきましては、応力腐食割れの3因子である材料、応力、環境のうち、環境の観点において、飽和溶存酸素濃度の流体が流入する際には流体温度が低いこと、及び高温で使用される場合には溶存酸素濃度が0.1ppm以下に低減された流体となっていることから、応力腐食割れが発生する可能性を小さく、応力腐食割れと低サイクル疲労割れは重畳しないと考えております。

15 ページをお願いいたします。

続きまして3点目の指摘事項となります。「評価を実施するにあたり、統計的なバラつきや不確かさをいかに考慮して、それがどの程度の保守性を持って評価されているのかを説明すること。」という御指摘に対しまして、以下のとおり回答いたします。

PLM評価は、運転開始後60年時点のプラント状態を想定し、各経年劣化事象に対して、安全上の問題が生じないことを評価や現状保全により確認しております。各経年劣化事象の評価手法は、各種試験データや過去の実測データ等に基づき確立しておりますが、PLM評価においては、適切な保守性を持って評価できるよう、データのバラつきや事象発生の不確かさ等について、各事象ごとに適切に考慮しております。さらに、運転開始後60年時点のプラント状態の想定にあたっては、今後約30年間に想定される運転条件の不確かさを考慮し、保守的に取り扱っております。これらPLM評価におけるデータのバラつきや不確かさの具体的取扱いについて、次ページ以降で御説明をいたします。

16 ページをお願いいたします。

各事象の評価用測定データ、判定値・評価用データの考慮、保守性について、表にまとめてございます。低サイクル疲労割れの評価手法について、疲労累積係数の算定に用いる日本機械学会の規格で定める設計用疲労線図は、疲労試験結果の応力振幅と破壊繰返し数の関係にバラつきを考慮し、応力に対して2倍、繰返し数に対して20倍の安全率を設定しております。また、評価条件としては、過渡回数を過去の実績から予測される回数よりも保守的に設定していること、個々の過渡事象のプラント状態変化は、実際に想定されるものよりも大きく設定していることから、保守性を有しております。中性子照射脆化とIASCCにつきましては、18ページ、19ページにて御説明をいたします。

17 ページをお願いします。

熱時効の評価手法について、亀裂進展抵抗試験結果から作成する脆化予測モデルは、2 $\sigma$ 下限線を採用して評価しており、バラつきの考慮ができております。また、評価条件としては、亀裂進展抵抗の評価において完全時効した条件で評価し、また亀裂進展力の評価において保守的に貫通亀裂を想定して評価しており、保守性を有しております。ケーブルの絶縁低下は、評価手法として、60年間の運転に伴う熱・放射線劣化及び事故時環境下での劣化を模擬した供試体に対して、実機での使用電圧よりも高い電圧で耐電圧試験を実施し、絶縁破壊しないことを評価しており、保守性を有しております。また評価条件としては、試験で劣化を模擬する際の環境条件は、同種のケーブルを使用する国内プラントの温度、放射線を包絡するように選定していることから、劣化条件は保守性を有しております。また、評価にお

いて使用する実機環境条件は、実機運転中に実測した過去2回の測定結果のうち、同一測定箇所については、厳しい値を採用した条件を適用するなど、評価条件についても保守性を有しております。コンクリート強度低下ですが、中性化の評価手法は、予測式を用いて算出した中性化深さが、鉄筋腐食が始まる位置まで進展していないことで評価し、塩分浸透の評価手法は、予測式を用いて算出した鉄筋腐食減量がひび割れを発生させる鉄筋腐食減量に至っていないことで評価しており、強度低下が生じる前段の状態を判定基準としております。評価条件については、後ほど、指摘事項4にて御説明をいたします。

18 ページをお願いします。

原子炉容器の中性子照射脆化を考慮した加圧熱衝撃評価について御説明をいたします。右の図を御覧ください。中性子照射脆化による材料の靱性低下については、破壊に対する抵抗力 $K_{Ic}$ の実測値のデータを、国内脆化予測法を用いて計算した運転開始後60年時点の関連温度予測値を用いて高温側にシフトさせた予測値のデータの下限を包絡するように設定した $K_{Ic}$ 曲線、青色の線になりますが、を評価に用いることにより、バラつきや不確かさに対して保守性を有してございます。ここで、照射前試験データを水色の丸、第1回監視試験データをオレンジ色の三角、第2回監視試験データを緑色のひし形で表しており、それぞれ白抜きが実測値、塗りつぶしたものが予測値のデータとなっております。なお、実測 $K_{Ic}$ から予測 $K_{Ic}$ へのシフトにあたっては、マージンとして $18^{\circ}\text{C}$ を考慮しております。左の図を御覧ください。これは、関連温度計算値の上昇量と関連温度実測値の上昇量の相関を表した図でございますが、関連温度計算値であります黒い実線に $\pm 18^{\circ}\text{C}$ した黒い点線は関連温度実測値を包含しており、マージン $18^{\circ}\text{C}$ の保守性が分かります。上記のように設定した $K_{Ic}$ 曲線、青い線が、破壊力 $K_I$ 、赤い線を常に上回っていることから、万が一の事故が起こった場合でも、原子炉容器の健全性が確保できることを確認しております。

19 ページをお願いいたします。

炉内構造物のバッフルフォーマボルトのIASCC発生評価におけるバラつき、不確かさの考慮について説明します。左の図は、バッフルフォーマボルトとシンプルチューブにおけるSCC発生試験の結果になりますが、横軸は中性子照射量、縦軸は応力を表しており、赤で塗りつぶしたひし形はバッフルフォーマボルトの割れが発生したデータ、青で塗りつぶした丸はシンプルチューブの割れが発生したデータになります。それぞれ割れが認められたデータの下限を結んだ線を、それぞれのSCC発生しきい線としておりますが、シンプルチューブ、青線のほうがSCC発生応力が低く、厳しいことが分かります。その厳しいシンプルチューブ材の割れ発生応力線を用いて評価していることから、IASCC発生バラつきや不確かさに対し、保守性を有しております。また、バッフルフォーマボルトの応力履歴の中性子照射量は、令和2年4月以降の設備使用率を100%として、保守的に算出したものを用いております。右の図に示すとおり、それぞれに保守性を考慮した割れ発生応力線と、バッフルフォーマボルトの応力履歴を比較したところ、超えるものはなく、バッフルフォーマボルトのIASCC発生の可能性が小さいことを確認しております。

20 ページをお願いいたします。

4 点目の指摘事項について御説明をいたします。「記載されているコンクリートのデータについて、データをどのように処理し、どう評価したのか、説明すること。」という御指摘に対して以下のとおり、回答いたします。

コンクリートの強度低下及び遮へい能力の低下のうち、中性化による強度低下、塩分浸透による強度低下及び現状の強度試験については、実構造物からコアサンプルを取得し、サンプルの実測値を用いて評価を行っております。コアサンプルの実測値は「JIS A 5308」や、日本建築学会が定めた「JASS 5N」の考え方を参考に、1 か所当たり 3 本を基本として、コアサンプルを取得し、その平均値を用いて評価しておりますが、コアサンプルの個々の実測値のうち、最も厳しい実測値においても、特異なものはありませんでした。また、中性化、塩分浸透に関しては、各劣化事象に対して、最も厳しい条件と考えられる場所を対象に、サンプルを取得しております。なお、伊方 3 号機の鉄筋コンクリート構造物のコンクリートには、「JASS 5N」などに基づいて適切な品質管理が行われた一定品質のものを使用していることから、同一環境における劣化の進行や強度低下等のバラつきは小さいものと考えており、コアサンプルの採取は必要最小限としております。以下、個別に御説明をいたします。

21 ページをお願いします。

中性化による強度低下についてです。1 か所当たり 3 本のコアサンプルを取得し、その平均値を実測値として評価に用いております。なお、各評価点における計算した中性化深さの最大値は表に示すとおりであり、特異な値は認められておりません。中性化による影響評価に対しては、表のとおり、3 か所を対象にデータを取得しておりますが、いずれも中性化の観点から最も厳しい条件と考えられる箇所を対象に取得しております。鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さよりも、3 号機運転開始後 60 年経過時点の中性化深さの値が下回っており、問題ないことが確認できます。

22 ページをお願いいたします。

塩分浸透による強度低下について御説明いたします。1 か所当たり 3 本のコアサンプルを取得し、その平均値を実測値として評価に用いております。各評価点における計測した鉄筋位置での塩化物イオン濃度の最大値は、表に示すとおりであり、特異な値は認められておりません。塩分浸透による強度低下に対しては、塩分浸透の観点から最も厳しいと考えられる海水ピットを対象にサンプルを取得しております。また、潮位による環境条件の違いを考慮し、気中帯、干満帯、海中帯の 3 か所を選定しています。いずれの箇所もかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋の腐食減量よりも、運転開始後 60 年経過時点の鉄筋の腐食減量の値が下回っており、問題ないことが確認できます。

23 ページをお願いいたします。

現状の強度試験結果について御説明いたします。各構造物の強度試験では、各構造物ごとに、表に示す平均圧縮強度が設計基準強度を上回っていることを確認しております。各構造物のコアサンプル取得箇所は、各構造物の構造や、屋内屋外等を考慮し、中性化や塩分浸透

の観点から厳しくなると考えられる箇所などを選定しております。なお、各構造物における圧縮強度の最小値を表に示しておりますが、設計基準強度を下回る値はなく、問題となる箇所は認められておりません。中性化、塩分浸透、強度、それぞれの試験結果において、特異な値が認められていないことから、想定されていない新たな劣化事象はなかったと考えております。

24 ページをお願いいたします。

伊方3号機建設時のコンクリートの品質管理について説明をいたします。原子炉建屋などは、原子力発電所において、遮へいが必要な重厚な断面を有する構造物等を対象とし、必要で十分な品質を総合的に確保するための標準仕様書である「JASS 5N」などに基づき、建設をしております。使用するコンクリートは事前に試し練りを行って、設計上必要な性能が得られるよう調合を決定しており、コンクリート受け入れ時には、試し練りと同等の性状となること、圧縮強度試験にて要求以上の強度があること等を確認することで、一定以上の品質を維持できるように、管理しております。

25 ページをお願いします。

5点目の指摘事項について御説明をいたします。「コンクリート構造物について、普段からきちんと維持管理しているとあるが、普段どのようにひび割れ管理をし、現在どのような状態であるのかというような情報が示されていない。保全状況の現状評価について説明すること。」という御指摘に対しまして、以下のとおり回答いたします。

伊方発電所3号機のコンクリート構造物については、1年に1回の外観点検、5年に1回の非破壊調査を実施しており、26ページ以降に、維持管理の状況をお示ししております。

次のページ（26ページ）をお願いします。

コンクリート構造物及び鉄骨構造物については、社内マニュアルに基づき定期的に点検を実施し、健全度評価基準に基づき適切に対応しております。表に示すとおり、評価基準に応じて、健全度をAからQに分類し、健全度に応じた対応を実施しております。具体的なコンクリート構造物及び鉄骨構造物の健全度の状況については、27ページにて御説明をいたします。

次のページ（27ページ）をお願いします。

コンクリート構造物及び鉄骨構造物の躯体においては、以下の点検・調査結果判定基準表に従って、点検結果を評価し、健全度C、Dの段階で補修しているため、機能喪失状態にあるような不具合は認められておりません。なお、原子炉建屋において、令和5年度の点検で確認された不具合は、健全度Bが203か所ございました。

28 ページをお願いいたします。

まとめでございます。高経年化技術評価は、原子力規制庁が定めた実施ガイドや経年劣化事象に係る国内外の運転経験や最新知見を取りまとめたPLM基準の附属書等に基づき、以下のとおり実施しております。

部材単位で想定すべき全ての経年劣化事象を抽出、評価部位の選定においては評価が厳

しくなる部位を選定、評価においては評価手法にバラつきや不確かさを考慮してございます。高経年化対策については、国内外の運転経験から得られた知見を踏まえ、必要な対策を実施してきており、伊方3号機では、これまでに原子炉容器上部ふた取替えをはじめ、各種対策を実施しております。至近に米国や仏国において発生したトラブルについては、現在PWR電力各社等と協働して情報収集等を進めており、本件の原因を踏まえた対策を講じるとともに、必要に応じて高経年化技術評価に反映してまいります。伊方3号機は間もなく運転開始30年を迎えますが、国内には運転開始50年を迎えるプラントもあり、海外にはさらに運転経験豊富なプラントもあることから、これら先行プラントの運転経験や知見についても、伊方3号機の保全や高経年化技術評価に適切に活用することで、さらなる安全性の向上に努めてまいります。また、今回の高経年化技術評価において、現在行っている保全活動を継続することで60年間の健全性を維持できることを確認しておりますが、今後、仮に60年間の健全性が確認できない評価結果が得られた場合には、健全性が確認できている期間に機器の取替えなどの保全を行ってまいります。

説明は割愛させていただきますが、次ページ以降に参考資料を添付してございます。

本資料の説明は以上となります。

○望月部会長

どうもありがとうございました。

それでは、委員の皆様から何か御意見、御質問はございませんでしょうか。はい、森先生。

○森委員

森でございます。説明は非常によく分かりましたので、1つだけ確認のために質問したいと思えます。10ページの御説明で、図1に書いてある中性子照射量と引張強さの関係がこのような単調増加のような関係にあると、さらに、図2で引張強さと回転曲げ疲労限度がやはり同じく正の相関にあると。従って、図1の横軸と図2の縦軸はやはり正の相関にあると。そういう理屈であるというのはよく分かりました。質問は、図2がこれは中性子照射を受けた試験体が含まれているのだったら、よく理解できるのですけれども、もしこの図2に中性子照射を受けた試験体が含まれていないのであれば、今のような三段論法で言うことが論理的にできなくなると思えます。そのあたりはどうでしょうか。

○四国電力

四国電力、松原でございます。こちらの図は、今、森先生のおっしゃられた図2のほう、こちらは引張強さと疲労強度の関係を示しておりますので、中性子の照射とは直接ここは結びついていないというところは実態でございます。

○森委員

つまり質問は、中性子照射をしても、引張強さと曲げ疲労限度の関係が成り立つのかどうかというようなところを確認した事例というのではないのでしょうか。つまりこれは、たかさんの事例ですけど、これはあくまで中性子照射と関係のない一般的な性質を表しているものなのですけれども、一般的な性質ではない中性子照射による影響を受けたもので、このような引張強さと曲げ疲労限度の関係を示したもの、それがないとちょっと論理的にあまり納得できない。論理的に見るべき相関とはならないと思いますから。

#### ○四国電力

四国電力、松原でございます。引張強さが強くなりますと、中性子照射材のような欠陥増加に伴う引張強さが高くなるということが分かっておりますので。少々お待ちください。

#### ○四国電力

四国電力の秋山です。中性子を浴びますと、材料内で原子の集合体ができまして、それが転位の動きを阻害することになります。従いまして、疲労亀裂が発生する原因である滑り帯の滑りが起きづらくなるということで、疲労破壊がしにくくなるということが分かっておりますので、基本的には中性子照射脆化で引張強さが上がりますと疲労限度が上がるという相関は変わらないと考えております。

#### ○森委員

要するに、結晶構造をもとにした物性学的に、今の一般的な理解がそのまま中性子照射されたとしても、変わることはないということですね。私自身はそういう物性学といったものに詳しくないので、今単に論理的にというような質問をしたように物性論的にはどうなのでしょう。これでよろしいのですか。他の先生にも教えていただきたいです。今の答えでよく分かりました。答えの趣旨はよく分かりましたので、それが一般論として成り立つのかどうかというのは、物性学的にはどうなのでしょう。

#### ○望月部会長

渡邊先生。

#### ○渡邊委員

私は説明に納得してないのですけれども。照射脆化で材料が硬くなる現象というのは、上に書いてあるのですけれども、そこに上に書いている現象は、脆化の要因って、9ページでシリコン・ニッケル・マンガンの原子集合体の形成だと考えているんですね。これも私、納得してないのだけれども。例えば、転位ループのようなものが入って硬くなる現象というのは全く無視しているのですよね。それは、また後から質問しますけれども、まずこの図を見たときに私、最初に疑問に思ったのは、今我々は、原子炉圧力容器で A533B の話をしている

わけですよね。なぜここで、いわゆる鉄鋼材料の話でもって、割れの話と引張強さの話を持って来ないといけない状況になっているかを説明してほしい。だから、森先生が言われるように、照射が全く関係がないことでもって説明しないといけなくなっている状況を作っているわけですよね。だから、材料そのものが違うんですよね。だから、森先生が言われたように、A533B の材料で照射した材料で引張強さは、引っ張ったら硬くなって引張強さが増加する。その材料で、やっぱりきちんと評価をして、その疲労という現象を説明しなさいと言っているわけ。それが説明できますか。

#### ○四国電力

四国電力の松原でございます。今、先生のおっしゃるとおり、もう実機そのものの材料で、そういった試験をやったというものはございません。なので、これはそれに、ほぼ倣っているような合金の材料の劣化ということで今お示ししているということでございます。

#### ○渡邊委員

実機の材料でなくてもいいのだけでも、実機で照射した材料の話のことを今しているわけですよ。そのぐらい材料が変わってきている状況に対して、全然違う鉄鋼材料の話になって、鉄鋼材料の説明を今、彼がしたから、そうではないことを我々が質問しているわけです。中性子を照射した材料と同じ材料でこの現象が起きますか。それをメカニズムに沿って説明してくださいって言っているわけ。今あなた方が言っているのは、単にこの辺に転がっている鉄鋼材料の話で、引張強度と割れとの話を説明している。だから、彼が言っているように、亀裂の進展の話で説明しないといけなくなる。でも、そうではない。照射脆化の原因は、この文章は私は違うと思うのだけれども、実際、力が加わったときに転位が働いて、転位のようなものが密集するとか、色々なことが発生して最終的には割れる。そういうことを全く考えていなくて、この図を持ってきて今説明しないといけない状況になっている。ただそこをもうちょっと分かりやすく、1つの現象そのものの理解に立って、メカニズムから説明してもらわないと、説明ができていない。森先生の質問です。私としてもまだあるんだけど。

#### ○四国電力

四国電力の青木でございます。今、森先生のちょっと質問に少し戻らせていただきますと、左側の図は、中性子照射量と引張強さの相関を示したものと。右側は、このデータには中性子照射を受けたものは含まれてはいないのですけれども、一般論として、鉄鋼材料について、引張強さと疲労強度を示したものであるということで、森先生の御質問は、右と左っていうものが本当につなげていいものかどうかということ、御質問いただいたと。

#### ○森委員

そうです。ですから左のように、中性子照射を受けたもので、数はたくさんあるので問題

はないと思うのですけれども、少なくとも1つではなく、2つとか3つとかっていうようなものが、このような左のような形で、右にも点点点と載っていて、それが確かにここに入っていますねというのであれば、とてもよく納得できるのですけれども。この右は全く中性子照射が関係していないものを持ってきているので、そんな一般論をここに、ぼんっと提供してもいいようなものなのかっていう疑問が残っています。

#### ○四国電力

わかりました。まず今松原も申し上げたように、中性子照射を受けた材料で、この疲労強度を、実際に測定したデータっていうものは、ちょっと見当たらないということもありましたので、それで少し三段論法のような形で御説明をさせていただこうと思っているものでございます。まずその引張強さと疲労強度の関係につきましては先ほど秋山の方から申し上げましたように、引張強さっていうのは、金属を引っ張ったときに結晶格子の滑りとかそういうものに相関がありますので、それと疲労強度というものは相関があると、ということから材料工学の教科書のようなものを見ますと引張強さと疲労強度というものには、一般的な相関があるというふうに書かれてありますので、右側の図はそれを示したものでございます。一方で、左側の中性子照射と引張強さの相関、これも中性子を照射しますと引張強さが強くなると。もちろん脆くはなるんですけれども、引張強さとしては強くなると。その理由としては、先ほどちょっとすいません渡邊先生からはちょっと不十分だという御指摘も受けましたけれども、中性子照射に伴う原子の乱れといったようなものもありまして、引っ張ったときの結晶の滑りといったそういうものが阻害されるということから、右側の図で示したような原因と、左側で引張強さが強くなる原因というものに、一定の原因の共通性があるというふうに考えてございます。ということから、左側、中性子照射に伴って引張強さが強くなる。引張強さが強くなると、疲労強度も強くなるといったことを、つなげて考えて差し支えないものというふうに考えているものでございます。

#### ○森委員

今おっしゃったような仮説が成り立てば、とてもよく理解のできる論法なんですよ。だから、お聞きしたいのは、別の質問の仕方をしますと、このような事例といいますか、このような問題っていうのは、別に今始まったことではないと思うのですけれども、そうした場合に、今の問題になっているようなものが、世界広く500、600もあるような現状で、他に事例というものは無いのでしょうか。

#### ○四国電力

四国電力松原でございます。そういった事例はないというふうに考えております。我々もですね、新知見については、常に収集しているという状況でございますので、当然そういった事例が見つければ、我々も自分たちの評価には取り入れてですね、必要な保全をやっている

くということを考えております。現時点ではそういった知見はないというふうに考えてございます。

○森委員

つまり運転開始後 50 年以上経っている原発はたくさんあるんですけども、それまでの中でそういう議論はあまりされてこなかったという理解でよろしいですか。世界中で。

○四国電力

四国電力松原でございます。その理解でございます。

○森委員

つまり、データがなくって、あくまで現時点では、こういう左のような原子力発電所特有な事例と、それから右にあるような一般的な物性の理解を引っ付けて説明するということが、最善の評価法だと。そういう理解でよろしいでしょうか。

○四国電力

四国電力松原でございます。我々として今ちょっと御説明できるものはこういった形だというふうに考えているところでございます。

○森委員

わかりました。ありがとうございました。

○望月委員

どうぞ渡邊先生。

○渡邊委員

先ほどもお話したんですけど、例えば、9 ページ。中性子照射脆化の要因としては、こういう原子集合体と書かれているんですけども、転位ループの役割というのは、全く無視されてるんですよね。どういうふうに考えられているんですか。1 号炉の例ですと、転位ループの程度数密度があるんですよね。全体としては照射脆化の割合が少ないという評価になっているんですけども、3 号炉の場合では、転位ループが全くないというような評価になっているんですか。

○四国電力

四国電力秋山です。転位ループは必ず存在すると考えてございます。その転位ループにつきましては、国内脆化予測法の方に既に反映されておりまして、国内脆化予測式で転位ルー

プの照射脆化への寄与についても考慮されてございます。それを反映したもので、PTS 評価、原子炉容器の健全性評価を実施してございます。

○渡邊委員

ここで引張応力の話をしているわけですよね。引張応力と、そういう溶質原子クラスターの集合体と、転位ループの役割をしっかりと議論しないと、ここの説明にはなっていないですよね。重畳効果の説明をしないといけないわけですから。全体の割れの評価ではなくて、この重畳効果の説明をやらないといけないわけで、脆化の予測式の話ではないわけですよね。

○四国電力

四国電力の秋山です。溶質原子クラスターも転位ループも、転位の動きを阻害するという意味合いでは同じかと思われま。疲労亀裂が入るときには、滑り帯の滑りによる突き出し、入り込みが生じ、入り込んだところから亀裂が生じますので、転位の動きを阻害するということでは、中性子照射脆化の溶質原子クラスター、転位ループも同じ働きをするので、疲労強度にとって上昇する方向に寄与するものと考えてございます。

○渡邊委員

もちろんその同じ働きを示しますけども、その時の効き具合が違うわけですよね。だから、今我々の専門家の中で議論しているわけで、効き具合の話をしっかり違うことがあるわけで、それが最終的なものが割れるという現象に影響してくるわけですよね。だから、その例えば、そのいろんなファクターが、転位ループの場合と、その微小な溶質原子クラスターのサイズだとか、どういうものが含まれているかということによって変わってきて、それが最終的に割れという現象になってくるか、どうかということが議論されているわけで、ここはやっぱりしっかりと説明してもらわないと、専門家は理解できないですよね。

○四国電力

四国電力の松原でございます。先生がおっしゃられている専門家の方々の御議論というところも含めて、当然、我々がまだ考慮できていないような知見というものはあると思えます。そういったところも踏まえて、我々としては、また新しい知見が出てくれば、これを評価の方に反映するということは、これからもどんどんやっていきたいと考えてございます。

○渡邊委員

今はもう評価をやられて、これで大丈夫だという評価を今しようとしているわけで、やっぱりもう少しなんていうのかな、専門家としてある程度理解できるような説明をしてもらわないと困りますよね。

○四国電力

四国電力の松原でございます。こちらの評価につきましては、今やっております技術的な評価を含めて、現状保全の方も評価しております。現状の保全で点検した結果、そういう割れないであるとかそういうところも確認した上で、技術評価と総合的な評価として我々は問題ないという結果を出しているというところでございます。なので、この評価が、重畳がまだ考慮されてないというようなところは、今後の新しい知見が出てくればそういうものは当然やっていくところではございますけれども、現状保全でもしっかりとカバーして、我々としては見ていっているというところでございます。

○渡邊委員

もう1点だけいいですか。

○望月部会長

はい、どうぞ。

○渡邊委員

いろんなところで、中性子の量を評価されていますけれども、四国電力の場合は、伊方1号、2号の30年の評価というのがあって、ある程度経験があるわけですがけれども、3号炉になってループの数が増えた時に、中性子のフラックス、中性子束が増加してきたと思うんですね。それは基本的には計算によって評価されているんですけども、各場所での中性子の量の評価というのは、どういうふうに検証しているというか、確かめられているかというところが、それがちょっと見えてこなかったんですけども。そういうふうな中性子の量を評価する手法というか、計算ではなくて、実測値というものは、例えばいろんな場所で評価できるような体制になっているんですか。

○四国電力

四国電力の松原でございます。基本的にPLM評価で用いている中性子量というのは、照射試験の結果等を踏まえて評価の方を実施しているという認識でございます。それに加えて、当然、炉心の中の中性子束等は運転中とかも計測できますので、必要に応じてそういったものも活用していくということになるかなというふうに思っております。

○渡邊委員

それと、例えば40年を評価した時の差はないというふうに評価されているんですか。だから、いわゆる積算量との関係。今言われたのは、例えば炉内の中性子の監視試験片みたいなある一定できちんと評価されているところは、それは間違いないと思うんですね。ところが、そうじゃないところがあって、非常にフラックスとしては少ないですけども、そうで

ないところの評価というのが、どれぐらい正確に計算を除いてできているのかというところを教えてくださいたいです。

○四国電力

四国電力の青木でございます。今、渡邊先生がおっしゃられたように、積算値っていうものは、照射試験片のところ、ドシメーターといいまして、どれぐらいの中性子を浴びたかっていうのを別途、測定するようなものが入っておりますので、照射試験片がある場所での中性子束の積算値っていうものは、我々把握することができます。あと、それ以外の場所の中性子の分布のような御質問かというふうに理解いたしますが、それにつきましては、具体的に実測するツールっていうのは我々持っておりませんが、そこは解析コード等を使いまして評価をしていくと。例えば、炉心の中であれば、通常から燃焼計算とかを使っているコードで中性子束の分布なんかは評価しておりますし、原子炉容器の内側の燃料がない部分でありますとか、あるいはその外側のものにつきましては、一般的な中性子の輸送計算コードとかそういったものを、割と汎用的なものから実際検証されたようなコードを用いてやっておりますので、そういったものである程度、把握は可能かというふうに考えているところでございます。

○望月部会長

渡邊先生。

○渡邊委員

私が聞きたいのは、それはもちろんそうなんですけれども、実際の評価というのは例えば、バウンダリだとかというのは実際、評価をしてこれで正しいという評価になっているんですかということをお聞きしたかった。

○四国電力

四国電力の青木でございます。例えば、中性子の照射量の評価に用いるような場所において、どれぐらいの中性子が本当にあるかっていうことの評価にどのようなものを用いているかという、御質問だと思いますけれども、それにつきましては、繰り返しになってしまうんですが、解析コードで得られたものに、すみません今手元にはないんですけれども、それに一定の必要な保守性のようなものを考慮して、計算に用いているというふうに考えてございます。

○渡邊委員

だからそれは、本当に正しい評価かということをお聞きしているんですね。

○四国電力

四国電力の青木でございます。そこは、実際の解析コードの話になってしまうのかもしれないんですけども、一定の信頼できる検証された解析コードを用いることによって、もちろんその解析コードの持つ不確かさみたいなものもありますので、そういったところを加味して評価に用いるということで、実際どれぐらいの照射があるかということ、我々ちょっと知り得ることはできないんですけども、そういうことを工夫することによって、評価としては問題ないようなことができているというふうに考えてございます。

○望月部会長

ありがとうございました。いろいろ専門的なところで、それでいいのかっていうところを、渡邊先生は言われたいのかなと僕は思っているんですけど、なかなか答えが難しい面もあると思うんですけども、松原さんが言われたように、新しい知見を取り入れながら、渡邊先生が納得できるような説明を用意していただけるとありがたいなと思います。

○中村委員

すみません、1つ質問いいですか。

○望月部会長

はい、中村先生。

○中村委員

御議論ありがとうございます。今の話は疲労割れと中性子照射脆化の関係についてなんですけれども、中性子照射脆化につきましては、18 ページに加圧熱衝撃の評価、データがあります。いくつかの異なる条件での事故などを想定した評価結果と思いますが、この評価の条件は想定に対応してそれぞれ違いますよね。それで、10 ページの例えば図1、これは伊方の実測結果だと思うんですが、こういったものが、例えば18 ページのような図に、これは本文は右側の図で、左側の曲線の内側に横棒でたくさん書かれているところが、これが予測値も含めた形で実測値があると思うのですが、これと10 ページの相互の関係性、これがどういうふうになるかということ、を上手く総合してお話したいです。なぜかと言いますと、10 ページは中性子照射量が増えれば増えるほど引張強さが増えていくので、どんどん強くなっていきますよという、そういった説明に見えるんです。一方、18 ページは、照射をしますと今度は割れやすくなってきますよということを言っているわけです。その限界点がどこか、それを評価するのが18 ページの右側の図だろうと思うのですが、10 ページの左側の図1とそれから18 ページの右側の図の関係をもう少し分かりやすく説明するような方法があつていいなと思ったんです。なぜかと言いますと、10 ページの図2は、どう見てもどんどん強くなっていく方向にしかならないので、じゃあどこで今度は、中性子照

射された場合には、どこに限界点がくるかといったイメージが湧かないので、その2つが上手く融合された説明があると分かりやすいなど、そういった議論ではなかろうかと思って聞いていました。今は、それぞれの説明が疲労割れとの関係性とそれから中性子照射だけなんです、そして今度は脆化の問題、この2つの観点が別々に議論されていますけれども、総合して考えるとどうかといったことを御説明いただけるともう少し分かりやすいなと思いました。ちょっと難しいと思いますけれども。

#### ○四国電力

四国電力の青木でございます。難問をいただいたかと思えます。中性子照射脆化は、すいません私の理解ではですね、中性子を照射することによって、強度というものは高くなります。ただし、脆くなっていきますという現象だというふうに理解しております。10ページの図というのは、そちらの強度と、脆さでいえば強度が高くなれば、疲労強度が高くなると。ただし、左の図1にありますように、今、我々の持っている中性子照射試験片の試験結果からはですね、現時点でと言ったらいいのかな、通常使っている温度の領域において、顕著な脆化っていうものではなくて、引張強度については今のところは、中性子照射量に応じて、強くなっているという傾向が見られています。で、それがどんどん進んでいくと、こういった強度という、その特性が目に見えるよりかは、脆くなっていくという特性の方が、顕著になっていて、悪さをしていくということになると思うんですけど、すいません、頭の整理しながらしゃべってるので、あれですけど、現在の使用条件、あとは60年を想定したような脆化の範囲においては、我々使用している範囲においては、そういう脆化を顕著に考慮しなければいけないような現象にはならないだろうと考えているところでございます。スライド18の方はですね、これはまさにその脆さのところのデータを示しているものだというふうに理解しております。スライド10の方は、右側は引張強さが強くなればなるほど、疲労強度が上がるという図にはなっておりますけれども、これはすいません、あくまで一般的な傾向でございますので、もちろん引張強さが強くなれば、疲労強度が高くなるという、一般的な傾向については中性子照射材についても、変わらないというふうに考えておりますけれども、中性子照射によってどれぐらいその強度が上がっていくのかで、その脆化っていうものを、どれぐらい考慮しないといけない領域に入っていくのかっていうところは、あくまで照射試験片でありますとか、先ほど10ページで言えば左側の図に基づいて考えていくと、繰り返しになりますけど、現時点では、右と左の10ページで言えば右と左の相関というのは、つく領域であるというふうに我々考えているところでございます。ちょっとすいませんうまく説明できませんでしたが、以上でございます。

#### ○中村委員

ありがとうございました。もう少し詳しい説明をいただけたらと思って期待はしているのですが、あまり長くならないように。10ページの図1のこの図は、中性子照射量なんです

よね。先ほどの御議論の中でありましたように、運転をしていけば、どんどん横軸が長くなっていくはずですが、この書かれている図がですね、何年照射後かわからないわけですね。それで、もしもここに3号機でもかまいませんけれども、これは、20年くらいですよ、30年くらいですよ、40年くらいですよ、で60年はここになりそうですよ。それから、ないとは思いますが、80年とか100年とか。そういったことが書かれていて、それで引張強さがこのくらいまで高くなります、ということがもしも分かればですね、その中で脆さが卓越してきて、ここから先は脆化によってどうしても使えません、というところも出てくると思いますが、そういったところの関係性がですね、もう少しビジュアルでわかる図があると、つまり、その場合は、そんなに長く使った炉はありませんので、データによって検証できるものはないと思いますが、論理的にグラフに図解して示されれば、これで、ある程度の納得感は得られるのかなと。

#### ○四国電力

四国電力松原でございます。ありがとうございます。今ちょっと1号機の方のデータちょっと持ってないんですけど、3号機につきましては第2回の監視試験がですね、原子炉容器の内面です、40年運転相当の期間になっておりますので、その期間までであればまずこういう傾向を示すということが、まずわかっているというところでございます。今後、次の監視試験をやればまた新たなデータが追加されるかなと思います。

#### ○望月部会長

ありがとうございます。中村先生の言われるような、そういうグラフっていう数が、概算でもいいけど示されるとわかりやすいのかなと感じました。その他ございませんでしょうか。

専門的な突っ込みはたくさんあったんですけども、専門じゃない私から言わずと中性子照射によって固くなっていくと。強くなっていくというふうにわかるわけですけども、それで、固くなっても、脆さとちょっと違うといわれたけれども、医学の分野でもですね、固くなるけど脆くなるっていう現象はあるんですよ。その引張強度をみるというところで、強さが十分保たれているとか、劣化を評価するというようなので方向性というか、それはもうよろしいのでしょうか。一応皆さんコンセンサス得られているような評価方法なのではないでしょうか。

#### ○四国電力

四国電力松原でございます。そのように考えてございます。

#### ○森委員

今、議論の中で、10ページと18ページを見ていますけれども、10ページの方は特に何も

なく、右側の出典が材料学会とか、或いは18ページの方は日本電気協会 JEAC とか、ちょっと不謹慎だと思いましたがけれども、今この議論のことを Chat GPT に入れますと、国際機関で例えばそういうものが基準化されている的なことがすぐ出てくるんですけど、今のはちょっとあくまでバックグラウンドの話で、運用欄の検討事項のところは、国際的な規制機関の中で、基準なんかが作られてはいないんですか。つまり、今ここですと18ページで日本の電気協会というふうな、例えば、これと同じように、国際的な規制機関による基準というものがもしあるのであれば、そういうのも何かしら参照していただくなり、つまり、私たちはこう思うってだけではなく、信頼していないわけではないんですけども、何かしらそういう客観的なというんですか、判断できるようなものはないかなと思うんですけども。

#### ○四国電力

18ページのK I c の出し方等についてはですね、もちろん日本のガイドなり規格があって、やっている話でございますが、その規格ももともとアメリカから導入されたものでございます。アメリカの規格も渡邊先生が先ほどおっしゃっていただいたように、新知見に基づいて随時変わっていきっていると理解しております、日本の規格がそれに追いついているかどうかというのは、また別途議論があることだとは思いますが、大きな流れとしてはですね、アメリカなりヨーロッパなりでできた規格を日本が導入してできあがっていくと、それについて、それに基づいて評価させていただいているということでございます。

#### ○望月部会長

ありがとうございました。その他ございませんでしょうか。そしたらこの件につきまして、今後の流れについて事務局の方から説明をお願いします。

#### ○事務局

愛媛県の杉本です。本件につきましては原子力規制委員会において、安全審査が進められておりますので、審査の進捗状況等を踏まえ、適宜当専門部会においても御報告させていただきたいと考えておりますので、よろしくお願いいたします。

#### ○望月部会長

ありがとうございました。

## (2) 伊方発電所の状況について

#### ○望月部会長

それでは、報告事項2、伊方発電所の状況についてです。四国電力の方から御説明をお願いします。

○四国電力

四国電力の徳永でございます。それでは資料2伊方発電所の状況について御説明をさせていただきます。失礼して着座にて説明させていただきます。

右下1ページをお願いいたします。

本日は記載の5項目について説明させていただきます。

次のページをお願いいたします。

初めに少し繰り返しになりますけれども、伊方3号機につきましては、本年7月19日に送電を停止し、17回目となる定期検査を開始して以降、本日まで安全最優先で点検作業を実施しております。令和2年1月、3号機第15回定期検査において発生した連続トラブル及び令和3年7月に判明しました、過去の保安規定違反につきましては、再発防止策を徹底するとともに、愛媛県伊方町からいただいた要請事項についても継続的に取り組んでおります。また、本年3月の環境安全管理委員会で報告しました、令和5年度の火災防護に係る原子力規制検査での指摘事項への対応についても、順次実施しております。本日は上記の内容に、至近のトピックスを加えました、伊方発電所の状況について御報告をいたします。

次のページをお願いいたします。

まず、3号機第17回定期検査の状況について説明します。

4ページをお願いいたします。

定期検査の主なスケジュールをお示ししてございますが、現在のところ、9月30日を目途に送電を開始し、定期検査の終了は、10月25日を予定してございます。今回の定期検査では、各種機器の点検に加え、火災防護対策工事を実施しております。

5ページをお願いいたします。

火災防護対策工事には、2つの内容がございます。1点目が、火災に関する規制基準の改正に伴う対応として、火災感知器を追加設置する工事。2点目としまして原子力規制検査での指摘事項への対応として、ケーブルを収納する電線管等へ耐火材を施工するもので、こちらにつきましては後程御説明をいたします。②の燃料集合体の取り替えでございますが、今回の定期検査にて、MOX燃料5体を含む40体の燃料集合体をウラン新燃料に取り替える予定でございます。資料右上の写真が耐火材の施工状況の写真、下が燃料取り出し作業の写真となります。

6ページをお願いいたします。

連続発生したトラブル及び過去の保安規定違反の再発防止策の実施状況について御説明をいたします。

7ページをお願いいたします。

令和2年1月、3号機第15回定期検査において、連続して発生した4件のトラブルに対する再発防止策の実施状況について御説明をいたします。このページでは、これまでの経緯

をまとめてございますが、皆様御承知の内容かと思いますので、説明を省略させていただきます。実施状況を中心に御説明をさせていただきます。

8ページをお願いいたします。

愛媛県からの御要請への取組状況でございます。昨年8月の環境安全管理委員会で報告した以降の状況につきまして、赤字で反映しておりますので、その箇所を中心に御説明をいたします。④新チームの研鑽につきましては、令和5年度末より2つの新たな活動を開始しております。1点目としまして運転中作業のリスク管理として、運転中の機器系統隔離に対するPRAの結果に基づき、作業計画の見直しとリスク低減のための補償措置を実施する運用を開始しております。2点目としまして、リスク上重要な機器が設置されたエリアを目視で確認できるマップを整備し、運転中の作業や、物品保管におけるリスク上の重要機器への影響を考慮した作業管理や、防護対策強化を行う運用を開始しております。説明は割愛しますが、14、15ページに関連する資料をまとめてございます。

9ページをお願いいたします。

⑤技術力の維持向上ですが、稀頻度の作業について、原子力保安研修所での訓練計画を整備し、今年度上期、第17回定期検査前に訓練を実施してございます。⑥県民の信頼回復につきましては、訪問対話活動、当社ホームページ、地域のCATVによる情報発信等を継続して実施しております。なお訪問対話活動については、ここ数年、新型コロナウイルスの感染拡大防止の観点から、ポスティングによる活動が継続しておりましたが、令和5年度については、従来通り、当社社員が個別にお宅を訪問し、御意見、御質問をお伺いしております。説明割愛しますが、16ページに関連する資料を添付させていただいております。

少しページ飛びまして17ページをお願いいたします。

次に、令和3年7月に判明しました、過去の保安規定違反に対する再発防止策の状況について御説明をいたします。このページでは、これまでの経緯をまとめてございますが、説明のほうは省略させていただきます。実施状況を中心に説明させていただきます。

次のページをお願いいたします。

愛媛県からの御要請への取組状況です。昨年8月の環境安全管理委員会で報告した以降の状況を赤字で反映しておりますので、その箇所を中心に御説明をいたします。1、原子力事業者としての責任についてですが、当社幹部と発電所員などとの意見交換や、幹部からの訓話、督励などを令和5年度33回、今年度は5月末時点で11回実施しております。また、令和5年度は、リスクマネジメントの実践を目的に、職場研究会を実施し、令和4年度に抽出した、各担当の業務が有するリスクに対する対応状況について議論を行い、改善が進捗していることを確認しております。さらに、外部講師を招きまして、他業種のリスクマネジメントに係る講演を開催しております。説明割愛しますが、20ページに、これらの活動に関する参考資料を添付させていただいております。

21ページをお願いいたします。

今後の対応でございますが、連続トラブル及び過去の保安規定違反に係る再発防止策の実施及び愛媛県知事、伊方町長からの要請事項への取組について、現地の状況は枠内の記載のとおりでございます。速やかに実施すべき事項、及び、更なる安全性確保のための恒常的な対策については、既に完了しており、継続的に実施すべき改善活動についても、これまでの取り組みを通じて定着してきたというふうに考えております。必要な再発防止対策が完了しており、記載内容に変更がない項目があることから、今後は継続的に実施する活動のうち、安全文化の醸成活動等の進捗がある事項について、御報告をさせていただきます。

22 ページをお願いいたします。

次に、原子力規制検査での指摘事項の対策実施状況について御説明をいたします。

23 ページをお願いいたします。

令和5年度の火災防護に係る原子力規制検査において指摘を受けました、2つの事案に対する対応状況について御説明をいたします。検査で確認された事案ですが、1点目が、不適切な設計管理による火災防護対象ケーブルの系統分離対策の不備、2点目が、原子力規制検査に対する不適切な対応でございます。

24 ページをお願いいたします。

まず、事案1の対応状況です。事案1には2つの内容がございます、1点目が、火災防護対象ケーブルを収容する電線管に、隔壁等の系統分離対策が施工されていない箇所があるというものです。対応状況ですが、火災源に近い電線管そのものに電線管が火災で損傷しないような耐火材を施工することや、当該区域への可燃物の持込みを禁止する運用を組み合わせることで、認可いただいた工事計画と現場状況の不整合を解消する対応を進め、3月末までに実施可能な対応を完了しております。また、部屋通路部内に設置されている火災により損傷する可能性がある、防護すべき機器に耐火材を施工するなど、更なる火災防護の強化を図る工事について、現在の定期検査において実施中でございます。

25 ページをお願いいたします。

次に事案1の2つ目の内容についてです。事案の概要としましては、原子炉を手動で停止するための手段、これを成功パスと言いますが、これが確保できていない箇所があるというものです。この指摘への対応としましては、手動操作に期待している弁が設置されている主蒸気管室での火災発生リスクを低減するため、速やかにこの部屋での持ち込み可燃物の保管を禁止するとともに、この部屋の火災源となるケーブルに耐火材を施工する対応を3月までに実施してございます。また、1つ目の内容と同様、今回の定期検査終了までに、更なる火災防護の強化対策を実施する予定としております。

26 ページをお願いします。

次に、事案2についてです。こちらにつきましても2つの内容がございます。1点目が、意図的な不正は確認されなかったものの、令和5年1月に実施した火災防護に係る日常検査において、当社が事実と異なる誤った資料を作成し、原子力検査官へ説明したというもの。2点目が、他発電所の火災防護対策に係る同様な検査指摘事項が示された後において、技術

基準に適合すると判断するなど、詳細な調査等を行っていないというものです。1点目への対応としましては、原子力規制検査への上位職の関与を強め、検査で使用する文書のレビューなど承認プロセス等を改善する。また、1点目及び2点目の共通の対応としまして、火災防護を初めとした設計の考え方等を確認、再整理し、設計管理事項として文書にまとめることとしており、それらの対応状況について、次のページでまとめてございます。

27 ページをお願いします。

まず、原子力規制検査における承認プロセス等の改善についての対応状況ですが、原子力規制検査に係る対応や、資料のレビューの観点等をまとめた手引きを作成し、本年4月の原子力規制検査から試運用を開始しており、本運用開始を本年10月から予定してございます。次に、設計の考え方の確認、再整理についての対応状況ですが、まず、火災防護対象に、下に記載しております、3つの観点から再整理すべき設計情報を抽出し、設計管理文書として整備することとしており、現在、再整理作業を実施中でございます。また、溢水防護や、重大事故等対処設備についても、順次再整理を実施する予定としております。

30 ページをお願いいたします。

ここからですが、至近の伊方発電所に関するトピックスについて御報告をいたします。本日は4項目について御説明をいたします。次のページをお願いいたします。まず1点目、3号機の高経年化技術評価に関する国の審査状況でございますが、こちらにつきましては、先ほどの資料1の内容と重複いたしますので、省略させていただきます。次のページをお願いいたします。すいません。33 ページをお願いいたします。

次に、使用済燃料乾式貯蔵施設の設置状況について説明をいたします。2つ目の矢羽根になりますが、令和3年11月に施設の設置工事を開始し、令和7年2月の運用開始を予定しておりましたが、核物質防護設備についてより確実な防護とすべく、当初計画より設計を変更することとし、令和6年6月12日に原子力規制委員会に工事計画変更の届出を実施しております。これにより、運用開始時期を令和7年2月から令和7年7月に見直しており、引き続き安全最優先で工事を進めて参ります。なお、核物質防護の設計方針に変更はなく、乾式貯蔵施設に関する原子力安全専門部会報告書の記載内容に変更が生じるものではございません。また、施設の運用を示した原子炉施設保安規定については、本年7月30日に原子力規制委員会に変更認可申請を行い、現在国の審査を受けているところでございます。

次のページをお願いいたします。

次に、本年4月17日に発生した豊後水道の地震について説明をいたします。豊後水道で発生した地震の概要は記載のとおりでございまして、最大震度は愛南町などで震度6弱を観測しております。

次のページをお願いいたします。

伊方発電所に設置している地震計の位置図になります。また、次の36ページで詳細な設置位置をお示ししてございます。

37 ページをお願いいたします。

伊方発電所周辺の観測記録になります。防災科学技術研究所が設置している地震計の最大加速度を図示しております。伊方発電所における最大値が 38 ガルであったのに対し、四国内では、宇和島で最大 555 ガルを計測するなど、伊方発電所と比較して、大きい加速度となっております。これまでの地震と同様に、伊方発電所は、硬い岩盤に直接設置しておりますので、やわらかい地盤による増幅がなく、敷地周辺と比べて小さい地震動となっているものと考えております。

38 ページをお願いいたします。

38 から 40 ページにかけて、伊方発電所における観測記録をまとめております。38 ページに、各号機の観測用地震計の加速度波形と応答スペクトルを掲載しており、各号機間で地震動の差はほとんどないということが確認できます。また、比較としまして、伊方発電所の最大加速度 650 ガルの基準地震動の応答スペクトルを黒い線で図示しておりますが、今回の地震が、基準地震動に対して十分小さい地震動であったことが確認できます。なお、41、42 ページには、参考としまして、2001 年の芸予地震、2014 年の伊予灘地震における、各号機の観測記録を示しております。今回の地震と、縦軸の大きさを統一して比較しておりますので、今回の地震が過去の地震と比べて小さめの地震動であったことが確認できます。また、39 ページに、基盤系地震計、40 ページに深部地震計の加速度波形と応答スペクトルを掲載しております。

41 ページをお願いいたします。

このページでは、深部地震計の観測記録を用いた分析の結果をお示ししております。深部地震計は、特異な地盤増幅の有無を検証する目的で自主的に設置したものです。伊方発電所周辺で発生した地震規模が比較的大きい地震である 2014 年の伊予灘地震でみられた深部地震計の観測記録について、過去の専門部会において、特異な地盤増幅がないことを確認しており、その際の説明内容の概要を、44 ページにお示するとともに、当時の説明資料の抜粋を 45 ページ以降に再掲してございます。図は、今回の地震の観測記録について、各震度間のフーリエスペクトル比を計算し、伊予灘地震及び、過去に深部地震計で 10 ガル以上を観測した地震と比較したのですが、今回の地震のスペクトル比は、ばらつきの範囲で、過去の地震と同様の傾向を示しており、特異な地盤増幅を示唆するものではないことを確認しております。

少しページ飛びまして 48 ページをお願いいたします。

最後になりますが、南海トラフ地震臨時情報（巨大地震注意）発表に伴う対応について御説明をいたします。本年 8 月 8 日に日向灘においてマグニチュード 7.1、宮崎県日南市で最大震度 6 弱を観測する地震が発生しました。伊方町湊浦では震度 4 を観測しておりますが、伊方発電所では 2 ガル未満で揺れを感知しておりません。また、今回の地震に伴い、同日 19 時 15 分に、南海トラフ地震臨時情報（巨大地震注意）が発表されております。本日は当発表に対する当社の対応状況について御説明をいたします。

次のページをお願いいたします。

当社は、社内規定に基づき、全社に警戒体制を発令し、情報収集及び情報連絡を速やかに行える体制を構築するとともに、企業活動を継続するための措置や、地震への備えの再確認等を実施しております。伊方発電所においては、平時から運転員緊急時対応要員が24時間常駐し、原子力災害に備えた体制を構築しており、7日間活動を継続できる資機材等を常備しておりますが、社内規定に基づき、改めて体制の再確認、及び食料や燃料の備蓄、資機材の再確認等を実施しております。また、当社ホームページやSNSに於いて、地震発生後の伊方発電所の状況について情報発信を実施しております。なお、この対応については、立地地域の震度情報等を踏まえて対応するものとなります。

次のページをお願いいたします。

伊方発電所における基準地震動と基準津波についてです。伊方発電所における基準地震動は650ガルですが、南海トラフ地震で想定される最大の揺れとしましては、181ガルと評価しております。また、基準津波は8.1mでございますが、南海トラフ地震で想定される最大の津波としましては、2.5mというふうに評価をしております。

本資料の説明は以上となります。

#### ○望月部会長

どうもありがとうございました。それでは委員の皆様から何か御意見、御質問はございませんでしょうか。

#### ○村松委員

村松でございます。私は3点ほど質問とコメントさせていただきたいんですけども、まず1つ目は、プロセス管理課の新チームの研鑽に関する活動についてなんですけれども、ここでこのチームが中心になって、発電所の中で、いろいろ作業していらっしゃる方々にそのリスクについて、よく知ってもらおうと。そしてそれを、それぞれの活動に反映してもらおうと。いうことを目指して、いろいろ工夫をしていらっしゃる。例えば研究会を個別に開くとか、それからリスク重要度エリアマップですか、15ページですけども、そういうものを貼り出したりして、見ていただくということをやっていると、いうことですが、これは非常に重要なことだと思います。というのは、いわゆるPRAで扱うシビアアクシデントのリスクと、普段、普通に言うリスクですね。作業員がけがをすとか、それから、火災が発生すとか、そういう比較的頻度の高い、事象のリスクと、それからシビアアクシデントで非常に頻度の低い事象のリスクというのは、かなり違っていると思うんですね。つまり、日常経験できる範囲とそうでないものの違いです。簡単な数字で言うと、原子力発電所の運転年数っていうのは1つで、最大でも60年とかそこら辺ですから、世界中で400基とかあると、1万年以下なんですね。どんなに合計しても。ところが、世界中の規制機関が目指している安全目標等をみますと100万年に1回にしようとしているわけです。日本でも、大規模放出についてはそういうふうにしたいということが提案されていますけれども、そうすると、いわば1万

年の経験でもって 100 万年までに 1 回のもを防ごうとしてるわけですから、聖徳太子みたいに、1 を聞いて 10 を知るどころか 100 を知らなくちゃいけないということになるわけなので、日常の感覚ではないものを日常日頃見ている意識する中に入れていく必要がある。そういう意味で、こういうことをやっていただいて、日常経験する小さいトラブルとの関係も、またわかるようにしていただきたいというふうに思います。ですので、非常にいい方向で進んでらっしゃると思うんですけれども、それを組織の品質管理といいますか、活動と結びつけて、その中に組み込んでいけるように、ぜひ続けていただきたいと思います。

2 番目が火災についてなんでけれども、今は火災についての設計、情報を整理するということなんですか、これも方向として、非常に世界中でやっぱり火災、特に新しい動きとしては地震起因の火災とか溢水というの、米国などで確認をするといったことも行われているので、我が国でもぜひそういうことに結びつけて、確認をしていただく範囲を広げることをぜひ考えていただきたいと思います。

それから、3 番目が日向灘地震の関連です。これも非常に重要で、この委員会で取り上げるべきではないかと思っておりましたけれども、説明をしていただいて、とてもよかったです。そのときですね、この地震に関しては、結局、南海トラフで地震が起こったとしても、安全側に見積もって作っている設計基準地震動解析においても、180 ガルぐらいですか。ということなんですけれども、だけれども、だから起こったとしても、多分それほどではないと、対応は十分可能だ、というふうになっていると思うんですが、だけれども、では、今回みたいな形で中央構造線の上にあるどこかで、すごい離れたところで地震が起こったときにどういう対応をするのか。今回と同じ対応程度ですか、或いは、発電所が運転されていたらどうなのか、止める必要があるのかなのかって言うことを、あらかじめやっぱり考えて準備しておくことがいいことなんじゃないかと思うんですね。そうしますと、その時に止める必要があるかないか、っていうのは非常に大きいことで、福島事故のときは、浜岡も止めたと聞いていますけれども、そういうことは、それは何ていうか、非常に詳細な検討を行ってというよりは、安全を見て念のために止めておくという、感じが強かったのかもしれない。そういうことをですね、事前にちゃんと検討しておくということが、慌てないで対応できる、或いは一般の住民の方にも安心していただくために、大事なことだと思いますので、そこら辺も今後、継続的な検討の中で、見ていただけるといいんじゃないかなと思っております。その時には地震の確率論的リスク評価等も役に立つし、それから四電さんが特にですね、国内では先進的にアメリカの NRC の方法を取り入れたハザード評価っていうか地震動の確率の評価をやってらっしゃいますけれども、そういうことも、もしそこで何かの地震が、例えば中央構造線とか、そういうところで起こったときに、どのくらいリスクが上がったと思うのかというようなことについては、今までになされたその地震ハザード評価の専門家の意見を収集しているというのは非常に役に立つのではないかと、ベース、出発点としてですね。国内で初めてそういう評価をやられたので、そういうことも活用しながら、地震に関する新知見というか、臨時的な知見に対してどう対応するかということも、継続的に考

えていただきたいと思います。以上です。

#### ○望月部会長

ありがとうございました。村松先生は最初からこの新チームができたときにですね、すごく期待を寄せていて、その運用が大事だと、継続的に取り組んでいくことが大事とともに、非常に期待もしていたわけで、その辺がちゃんとできているのかなと心配されていた。主に発言されたのは、アドバイスとかコメントのようなことが多かったと思うんですけども、いかがでしょうか。

#### ○四国電力

四国電力の川西です。ありがとうございます。まず1点目のプロセス管理課につきまして、先生おっしゃるようになりますね、プロセス管理課自身は作業するわけではないんですけども、作業する課の動き、まさにプロセスを横で見てですね、リスクについて啓蒙する活動も正にそうですし、他の人が他の課がやっているプロセスを見てですね、安全上問題がないかに加えて、安全がトータルで向上できる、それはもちろん効率的にやるほうが、私は安全が良くなると思っているところもあるんですけど、そういうのを見て、改善するために作ったという思いがある課でございます。その活動は1回やったら終わりというのではなくてですね、継続的にやっていくものだと思っておりますので、まずは、最初はひととおりのプロセス、作業要領書の確認から入りましたけれども、だんだんリスクを啓蒙する方に動いていっていますので、将来的に安全を高める活動してやって生かしたいと思っております。なのでちょっとこれで終わりとかではなくて、ずっとやっていきたい。

続きまして、火災につきまして、地震もセットでお答えしたいと思うんですけど、先生がおっしゃったシャック（SSHAC）でハザードの研究というか勉強、日本でたくさんの地震や地盤の先生に集まっていたいただいて、シャック（SSHAC）っていうプロセスでハザードを検討しました。そういうこともやっていますが、次またハザードに基づくフラジリティとか検討してですね、地震PRAにつなげていければいいんですけど、なかなかこれもヨイショがいる話で、一朝一夕にはいかないですけども、そっちに向けて努力していきたいと思えます。また、火災PRAもですね、今日本全体でパイロットモデルプラントを設定してやってくださっておりますですね、それも全国でその知見を共有してですね、火災PRAに向けても、地震PRAとセットというか両方合わせながらですね、PRAの充実化に向けて進めていきたいと考えております。地震の起きたときのリスクをという話。今の地震PRAではですね、今ある姿のリスクを評価するようになってましてですね、ここで起きたら、それでリスク上がるみたいな評価もなかなか難しかりょうと思えますし、今はやっぱり原子炉安全のリスクを評価しております、発電継続とかですね、そういう止めないとかっていうのはなかなか、今時点でどうこうっていうのは難しいんだらうと思えますが、将来的に新知見が理解できてですね、そういうことができるようになれば、といえますか、やっていけるようになれば、と

いう感じですかね。やっていきたいと思いますので、よろしくお願いします。

○望月部会長

よろしいですか。

○四国電力

浜岡が、東日本大震災のときに浜岡を止めたというのは、その中部電力さんが自分自らというよりも、当時の政府から要請されて、かなり思い悩んだ結果、そういうことになったということで、事前にどうこう言うのではないですが、そういうこともあるかもしれません、将来的には、そういうときにはまた検討してまいりたいと思います。

○村松委員

数字で出すというのは、簡単なことじゃないと思うんですけども、何て言うんでしょうか。その状況、自分のところの状況、それから起こった地震の状況というものを見て、自分たちでなるべく判断できるようにとか、そういうことはですね、やはり日頃から考えておいてこそ、要請があったときとか、なんかきちんと対応できるんだと思いますので、短期で検討してくださいということではありませんけれども、ぜひ考えておいていただきたいなと思います。

○望月部会長

ありがとうございました。その他ございませんでしょうか。

○森委員

聞きたいことが2点あります。1つは、地震動の増幅のこと。それからもう1つは、南海地震臨時情報に関すること。簡単と言いますか、答えが簡単な方として、南海トラフ地震臨時情報の、49 ページの資料についてお聞きしたいんですけど、社内規定っていうのは、一般的な地震災害に関するものなのか、それとも南海トラフ地震の臨時情報に関する社内規定なのか。

○四国電力

社内規定は地震に基づくものもありますし、その中に、南海の臨時情報が出たら、こういうことをするっていうふうを書いてある内規も両方あります。

○森委員

この臨時情報に関しては、安全のための活動というものと、広報といいますか、世間に対する発信情報、そういうものを行っている。つまり何かっていうと、ここの下に書いてあ

るホームページの例示があるんですけども、これ特に別に臨時情報に関係することなく、普通の地震での発信情報かなと思ったものですから。

#### ○四国電力

普通の地震でも当然発信しています。ここに書いてあるのは、通常地震の発信とほぼ似たようなフォーマットだと思いますけれども、南海地震の臨時情報が出たときの広報については、伊方発電所だけではなく、当社全体としての広報が別の体制ができるってということで、特別に伊方だけということはないと思います。

#### ○森委員

つまり、四電さんとしては、臨時情報に関する発信の仕方というのは、社内規定であり、それが発信なされたという理解で。

#### ○四国電力

今回の臨時情報の出方、初めて出たっていうところもあってですね、多分世の中的にはいろいろこれがでたことで混乱していると思うんですけど、例えば新幹線が、ちょっとスピード緩めたとか。すいませんよくは詳しくないんですけど、最初からするって決めていたものでもないんじゃないかというふうに推測しております。そういう意味では、はっきり臨時情報が出たら、1週間、周知期間だっていうことも、その日までちょっとよくわかっていないっていうのもあってですね、ぼしっと、これがでたらこれだっていうふうに決めたものは、広報とかですね、全社的にはありません。

伊方に関して言いますと、先ほど説明がありましたように、南海トラフだけではなく SS が来た時の対応についてはもう決まっています、中に常駐のメンバーも居てですね、初動対応できるっていうことになっておりますので、初動は何かって言いますと、そういうのが来たときに、応援者が来れないかもしれないとかですね、そのときの、そういうのを想定して、対応メンバーがいるかとかですね。社内の備蓄品があるかというのをもう一回ちゃんと確認しておくとかですね、そういうようなことを決めている。

#### ○森委員

わかりました。質問の趣旨は今、川西さんがお答えになったと同じで、私自身も今回初めてこういう対応ですね、世の中の対応の仕方があまり決まっていなかったんじゃないのかというふうに想像していて、200 回に 1 回というふうなことであれば、実際に起こるまで 199 回空振りするわけで、最大。これを 1 回目が空振りしたと。残りの 198 回の空振りの仕方をきちんと考えておかないと、余計な不安ばかりが生じてくる。そういうことを考えると、おそらく考えてなかったというふうに想定しての質問だったわけですし、コメントさせていただくのであれば、今回を機に、やはり臨時情報が出た時には、どのような体制をとり、

どのような発信をして、必要以上に不安を持たないでいいような情報発信をされたほうがいいんじゃないかと、実際に直後に思ったことですから、そういうふうに申し上げました。

それから質問もう一点、増幅のことについてなんですけれども、増幅に関しては、34 ページから始まりまして、ずっと出てきてですね。今回のものは、私の理解では、38 ページの図を見ると、1号機2号機3号機でほとんど変わらないと。ですから、敷地ではおおよそ建物に対しては同じように地震動が入っている、ということが出来る。それから、39 ページについては、基盤系ということで、海に出ていく岩礁のようなところ、そこで見ると、加速度の振幅がガルで、160m で 20 前後のものが、地表面に近い5m では 40 程度になっていて、数字からすると2倍に増えて増幅していると。一方、40 ページの方で見ると、今度は地表面では、50 とか 70 とかっていう値で、40 よりは大きめではあるんですけれども、ここでの問題というか、問題の見方としては、2000m まで下ると、約 20 くらいになっていて、そうすると、3倍前後にまで増えていると。160m を基にすると2倍ぐらい、ここでも増えていると。160m からは2倍ぐらい、2000m や 500m からは3倍くらいに増幅していると。これに関して、今のは波形で言いましたが、波形とスペクトル両方で大きな増幅がないという御説明を 44 ページで改めて言っていたんですけれども、あくまで増幅はないではなく、特異な増幅はないというふうに表現していただきたいと改めて思ったのが1つ。それからもう1つは、実はこれちょっと根本的なことになるんですけれど、ここでお聞きしたいのがですね、2点ありまして、1つは、増幅の定義。何をもち増幅の定義というのかと。つまり後半で出てくるはぎとり云々という計算で、例えば 45、46 ページでは増幅しているようにあったという記録だけでも、47 ページのように、はぎとりという解析をすると、厳密に言えば、入射波に関しては下から上まで伝達してきているだけで、増幅していないというそういう説明がしたいという理解ができますが、その場合に、つまり、入射波は増幅していないってことで理解できるので、入射波が増幅したという事例と読み取れた東電の解析結果にあるような入射波そのものが増幅するという特異な事例はないという、そういう御説明だと理解しました。一方で、今度増幅と考えた場合に、どこをもって、どういうものを増幅というのかっていうのか確認したいというのが1つ。それはなぜかという、もう1つは想定で、つまり設計で想定しているのは、もともと構造物に入ってくるものだから、ある意味、例えば 40 ページでいうと、GL-5m の地震動が、構造物への入力として入ってくる。そういう理解でいいのか、それとも、いえいえ岩盤ということで、もっといいところから、つまり、これはどういうことかという、44 ページの説明で、東電さんが当時、つまり、想定している地震動よりも3倍にも5倍に増えたという異常な増え方をした。それはなぜかというふうな御説明があつてですね、理解があつて、そこでは要因がいくつかあります。ここで要因1、震源では1.5倍程度で想定上でした。それから深いところで2倍程度増えました。それからもう1つは、古い褶曲構造というのは、これがいわゆる特異というふうな一番だったんですけど。つまり、 $1.5 \times 2 \times 2$  で、全部で5倍くらいになったと。そういうものなんです。そうすると東電さんの説明によると、深い地盤の中での増幅を、要するに想定

では考えていなかった増幅だというふうに言っているわけです。つまり設計で想定していたものに比べて、深い地盤での増幅っていうのは要するに考えていませんでしたっていうふうに読み取れる。そうした場合に、今回、例えば40ページでお示しになっていることは、実際測りました、その結果、褶曲構造に伴うような特異なものはなかったという御説明だった。けれども、深い地盤での増幅は明らかにあるということなので、どういうことかということ、東電流に言えば、岩盤として考えていた地震動だったんだけれども、想定していたよりは深い地盤で増幅したという説明があるのだとすると、四電さんが設計で考えていた岩盤っていうのは、GL-5mでの岩盤なのか。それとも、もっと深い500m、そういったところの岩盤のどっちだったんだろうかと。改めて、この問題をようやく答えることができる観測結果が出てきて、それから東電さんが当時、新潟中越沖地震で問題になった、あの問題のとらえ方、という意味で、そもそも設計でどう考えていたのんだろうかと、それを明らかにしておかないと、増幅のことについてきちんと理解して議論することが成り立たないので、改めてそれをお聞きしたいと思いました。

#### ○望月部会長

ありがとうございました。観測記録も詳しい読み方も含めて、わかりやすく質問されたと思うんですが、いかがでしょうか。

#### ○四国電力

四国電力の塩田でございます。いくつかあったと思いますので、順を追って。まず、基準地震動を策定する解放基盤というのは、伊方発電所におきましては標高10mなので、ほぼほぼ地表のところ、伊方発電所の基準地震動は設定していて、ここはいわゆる、解放基盤とか岩盤というところで設定をしています。GLでいうと、ゼロメートルくらい。ですので、いわゆる入力というのがどれなのかにつきましては、例えば40ページで言ったら、深部地震計のGL-5mのところ、これ、35ページの配置図で見てもらえば、お分かりになると思うんですけど、深部地震計と3号の炉心は場所が違いますので、これそのものが入力ということではないんですけど、その高さの話で言えば、深部地震計のGL-5mぐらいが、ほぼほぼその入力に近いようなものと思っただいて差し支えないと思います。

次に増幅というのが、どういうものかということについてなんですけれども、過去にお示しした専門部会の資料で、増幅によるものではなくというふうな書き方をしている、ただ、それはちょっと、やや言葉足らずのところは正直ありまして、44ページのところでちょっとそのあたりを少し今回詳しくに書かせていただいたんですけど、やっぱり森先生がおっしゃるように、地中と地表の観測記録を見れば、一定程度の揺れの差があります。ただ、以前に示した資料は、はぎとり解析を行って、森先生の言われた入射波で比較をすると、それはどの深度においてもほとんど同じレベルなので、柏崎刈羽などでありました入射波で特に増幅したような傾向はございませんというのが、以前の説明資料、ちょっと言葉足らず

でしたがそういう主旨を言いたかったと。なので、観測記録同士で比較したときに、地震動レベルの差というのはあると。あるというのは、40 ページであったり 39 ページだったりというのが、森先生がおっしゃった話で、なので観測記録として見たらそういうレベルの差がありますというのが回答になるのかなと思います。入射波で比較したときには、特異な増幅はございませんというのが、お答えになるのかなと思います。

#### ○森委員

設計は、そういう理論的に入射波がどうのではなく、結局、構造物にかかる慣性力は揺れでもってかかるわけですので、実際にどう揺れたかっていうのが問題で、揺れに関して、地下ではどういうことが起きているのかを理解するためには、入射波、反射波っていう、理論的に分けるっていうようなことが、理解をするには有効なんですけれども、実際には、揺れて構造物に慣性力がかかるという、耐震設計、そこが問題になってくるんです。そうした場合に、もともと岩盤としての揺れを入れているわけですよ。それは、岩盤の  $V_s$  値、どのレベルの岩盤が地表にあるというふうな設定でされているのかっていうこと。何が言いたかったかという、例えば、40 ページの図でいうと、深さ 2000m に、ちょっとわかりませんが、今適当に言いますが、2000m のところに、例えば、 $V_s$  で 3 km/s の岩盤があります。500m のところで、 $V_s$  で 2.5 km/s のものがあります。160m のところで  $V_s$  が 2 km/s のものがあります。これ GL-5m のところで、 $V_s$  が 1 km/s のものがありますと。そういうふうにした場合に、確実に増幅はするわけでありまして、そういうものを反映してここではそれなりに実際の観測自身は増幅しているわけです。もともと、設計で考えていたのは  $V_s$  でいうと 700m とかそこらでのものじゃないかなと思ったんですけども。

#### ○四国電力

伊方で入力で考えているのは  $V_s$  の 2600 です。700 っていうのはおそらく柏崎とか。伊方発電所でいうと  $V_s$  の 2600 が入力、3号とかの基礎の下と言うんですかね、入力の  $V_s$  になります。

#### ○森委員

そうするとここでは、具体的には GL-5m で見るのではなく、ということですか。どこに対応しているものなのですかという質問です。

#### ○四国電力

四国電力の西坂でございます。まずですね、基準地震動は先生も御存じだと思うんですけど、もう一度おさらいしますと、先ほど塩田が申しましたように、標高 10m の解放基盤表面、仮想的な広がりを持った面で設定しております。それは  $V_s$  2600 ありますと。でですね、物の設計を実際するときにはですね、一旦例えば地下 200m とかに引き戻してそれで地形とか、

設計する対象となるものがある場所の、実際の地形ですとか岩盤の状況とか、 $V_s$  の状況とかいうものを模擬したものを上にやって、FEM 解析とかで立ち上げて地震動を入れる。ですから先生のさっきおっしゃっている地下から地表に向かって、反射波も含めて実際はもっと揺れているっていう部分は、ここで考慮しております。実際、地震計の 40 ページのやつでいきますと、GL-5m のところは  $V_s$  でいくと 2400 あります。160、500 で 2000 までいくと  $V_s$ 3000 を超えるんですけど、緩やかに増えて急に速度が変わるような地盤ではないので、もともとそういう  $V_s$  の測定値プロファイルからも、こんな特異な増幅が想定されない場所でございます。

○森委員

わかりました。そうすると、設計で考えているのは、例えば、40 ページにあるような、こういう 4 段階の深さレベルでいうと、GL-5m くらいのもので、ここで観測だと今 74 ですが、これが、設計では 650 になるんだと。だから、設計の値の 650 ガルぐらいのものが仮に生じたときには、理解として 2000m ぐらいだと、半分以下の 200 とか 300 ガルくらいになるだろうというふうに思ったらいいんですか。

○四国電力

四国電力の塩田です。森先生が今おっしゃったのは、仮に基準地震動 650 ガルぐらいが来たときに、地中 2000m で観測される地震が大体それぐらいなるんじゃないかという御主旨ですよね。今回の地震のような、例えば 2~3 倍前後ぐらいのものと同じようなものであれば、2000m で観測される大きさをいうのは大体それぐらいなるんじゃないかと思います。

○森委員

よくわかりました。じゃあ、最後にもう一度だけ確認ですけれども、44 ページでいう、よそ様のことではありますが、新潟県中越沖地震における柏崎刈羽では、ここでは、設計で考えていたのは、解放基盤面っていうふうに書いてあるんですけども、もっと浅いところの  $V_s$  が 700m くらいのところで、もともとの設計地震動は考えていたけれども、実際には岩盤として取り扱っていたけれども、もっと深いところの岩盤であるのであって、そこからの増幅があったせいで、大きくなったと。さらにそれに加えて、褶曲構造での特異なものも加わってというような、そういう理解でいいんですか。

○四国電力

その理解で結構です。

○森委員

そうすると、今回の場合は、深部での増幅っていうのはすでにもう折り込み済み、というかそれが入った上での評価であったから、それ以外の、つまりどこから入ってくることによって、わけがわからないというか、事前には知ることができないようなものが観測されるかどうかを今後見ていくんだと、そういう理解でいいんですよね。

#### ○四国電力

そうですね、おっしゃるとおりで、一応審査の中でも、伊方発電所の周辺で、数は少ないし、小さいですけど、いろんな方位から地震がきているので、そういうものを分析することによってその方位によって、例えば、どこか褶曲構造があったりだとかというのがないということの確認はしていて、それは引き続き今後も確認していくということかと思えます。

#### ○森委員

よくわかりました。ありがとうございました。

#### ○望月部会長

ありがとうございました。その他ございませんでしょうか。はい、中村先生。

#### ○中村委員

先ほど村松委員からコメントがありました3.1から3.2にかけての、全体としては安全文化に関係することかなと思っていましたけれども。最近ですね、昨年12月に、OECD/NEAが日本の国民性を考慮した安全文化をとりまとめまして、その報告書がつい最近出ました。通常英語だけで出てくるのですけれども、今回日本語もありますので、ぜひみなさん、これは宣伝になりますけれども、御参照いただければと思っております。これは、各々の国に特有の安全文化に関するフォーラムの日本版がありまして、OECD/NEAのホームページで調べますと、報告書は比較的短い文章なんですけど、60ページくらい。それで、日本の国民性で11点くらい特徴を挙げておりまして、これをどういうふうに、それぞれの事業所で安全文化を考えるかといったことをぜひ取り組んでくださいということが最後書いてあります。非常に示唆に富んでいるということで、コメントさせていただきました。

#### ○四国電力

四国電力の川西です。ありがとうございます。今おっしゃったOECD/NEAの報告書については、去年、CSSCF(カンントリー・スペシフィック・セーフティ・カルチャー・フォーラム)という、国特有の安全文化フォーラムということをやった結果の報告書ということで、当社もそれに参加しておりますので、内容は、参加しているので理解しているところであります。まだ報告書自身の内容を確認している段階なんですけれども、今後、得るべきものがあって、反映すべきものは、改善ということでやってまいりたいので、また、御指導よろし

くお願いします。

○望月部会長

ありがとうございます。その他ございませんでしょうか。どうぞ、岸田先生。

○岸田委員

さっきの森先生との議論の中で、地質不整合や褶曲がなかったと、言い切れるのかなと、ちょっと疑問があるのですけれども。必ずしも今のモデルで、観測で考えていって、剥ぎ取っていったら、無かったということなんですけれども、違う波で不整合があると考えた時に、起こりえるかもしれないなあと思います。今回限定なんじゃないかなと。ここは不整合は無のような気がするんですけど。ボーリングデータとか他を併せて分析されたらと思います。予断を持たないほうが良いような気がします。

○四国電力

四国電力西坂です。先生のおっしゃるとおりで、今回の観測記録では、先ほどのように特異な増幅がないと言えると考えておりますので、今後引き続きですね、他の観測記録も予断を持たずに、見ていく必要があるということ。あと、先生もおっしゃったようにボーリングデータとか、周辺の地質のデータで、まず三波川変性岩類がずっと 2000 メーターまで続くと。非常に堅硬な岩盤が続くということがわかっているということと、あと、オフセット VSP 探査、反射法探査みたいなやつをやっているんですけど、それで見ても、反射波が水平で、柏崎のような褶曲は全くないということが確認できております。以上です。

○望月部会長

はい、ありがとうございました。その他ございませんでしょうか。

○村松委員

地震のことがお二人の先生方から出ましたので、私はちょっと言い忘れたことなんですけれども、今回地盤の特性についての比較をさせていただいていますけれども、多分プラントの中の建物とか、構造物とかにも地震計を付けてらっしゃることがあると思うんですけど、それもこういうような形で比較をさせていただいて、設計用のモデルはいろいろ安全側の仮定も入ったりしていると思いますので、そういうところの確認とか、なんかも含めて、どこかの時点で設計用のモデルとか、或いは PRA のモデルがどの程度の不確かさがあるのか、或いはその不確かさを観測記録でもって減らしていくことができるのかといったようなことについても、継続的に調べていただくと良いと思いました。今回は非常に良い検証結果だと思います。もちろん継続的に、さらに別の地震でもそうなるかということは確認する必要あ

と思いますけれども、というような検証だと思いますので、今後も機会を捉えられるように、地震計測データを集めていただきたいと思います。

○望月部会長

はい。どうもありがとうございました。その他、何か、ございませんでしょうか。はい、どうぞ、北田先生。

○北田委員

すいません、始めの方の30年超の話に戻ってしまうんですけども、感想に近くなりますが、30年超ということで、四国では初めてかもしれませんですけども、今まで他にもやられているところがあって、おそらくなんですけれども、それらに倣っていろいろ説明されたのかなみたいなのを感じています。ですけども、渡邊先生なり皆さんから質問があられたように、何かしら、本当にこれって皆さんちゃんと論理的に理解しているのかな、と。そのあたりに疑問を感じたところが散見しております。ですので、今まで、そのような説明で国の審査などを含めてやられてきている、それを倣いましたというような感じの説明をされたように私は受け取りましたので、そうではなくて、やはり、もうちょっと論理的にというか、データなんかエビデンスを使って、全体的に成立するものである、そういうものでもって説明をしていただければと思っております。これも感想ということになりますけれども、今後ともよろしく願いいたします。

○望月部会長

ありがとうございました。まさにそれが我々の使命かなと思います。はい、高橋先生。

○高橋委員

皆さんがいろいろ言われたんで私も最後に、これ最後になるとは思いますけど、実は650ガルになったのは、今の知事のときじゃなかったですかね。裕度1000ガルとか。ただ最初的设计のときのガルが650ガルだったですかね。それが1つと、それから伊方に原子力発電所を作る折には、伊予灘日向灘特定地震観測地域と称する短冊状のエリアがあって、四電さんものすごく地震の調査、とにかくそのゾーンに、伊方が入ってたから、だから、海の方の調査も、それから陸の方のデータも集めて、やったはずで。だから、地震に関してはいろんなデータをお持ちだと思います。それを踏まえて今回、国がですね、東日本大震災を踏まえて、東西200キロ南北500キロでマグニチュード9.0の地震が起こったから、南海地震も、それに負けないぐらいの地震が起こるとということで、東海、東南海、南海までのエリアだった範囲を日向灘くっつけてエリアにしてしまっ。今回、日向灘の端の端で起こったやつを、ひょっとしたら、南海トラフ巨大地震の兆候かもわからんとか言い出して。だから本質的には全然違うものだったわけだし、その辺は四国電力しっかり押さえていたと思うんですが。

今日もここに来たときにちょっと話していたんですけれども、西から起こったためしはないんですよ。必ず東から、だからそういうこともあって今回ものすごく混乱して、何をしたいかというと、とにかく、皆さんいつ地震が起こっても、大丈夫なように準備していただきよ、のメッセージだけだったんだけど、あれで旅館とかホテルから、観光業も大変なわけで、愛媛県なんかはもういろんなことが積み重なって、コロナから、弱っているんですけど。だからあの辺に関しては、それは国が言うから、何も言えんでしょうけども、データはもうずっとお持ちで、そんなやつが地震に繋がるとは考えてなかったはずで、だからその辺も踏まえて僕が希望するのは、伊方の原子力発電所が無事残ったとしても、南海地震が来たら、もう送電線とかもうずたずたになって、電気、送れないわけですよ。だからそこを伊方の発電所を地震からどう守るか、プラス、電気の供給をどうするか。今はもういろんなところで話題になって、どうしようかなと言って議論しているものの1つは、病院も電気がなかったら何もできないんですよ。もう電気があって全てだし。それからお宅も一般家庭にオール電化を進めて。もうこれも大変なことになるから。だから、伊方の原子力発電所を地震から守る。それは、送電線、それから各家庭に電気、病院も含めて、送るのも含めて、ぜひ検討していただいたらと思っています。地震に関してはさっきお話あったように最初から 650 ガルじゃなかったはずだと思います。それが見直されて 650 ガルはやります。その代わり知事は、もうちょっと余裕、裕度を見てくれる 1000 ガル、言ったはずですよ。だから設計の話とさっき 650 ガルは最初からみたいになっていますけれども、それは違うということ。以上です。

#### ○望月部会長

ちょっと上がったような気がしますね。初期の設定から。

#### ○四国電力

四国電力の川西です。基準地震動の大きさにつきましてはもう先生おっしゃるとおりで、もともと 650 ガルであったわけではなくて、東日本大震災のときに、中央構造線を連動を考えて、九州から和歌山までが動く、連動するという事まで考慮するという事で、650 ガルになっております。それに基づいて、先ほどの地盤から建屋も評価してですね、耐震補強をして、再稼働したというのが、3号炉でございます。

あと南海トラフの地震につきましてはもうかなり前から、確率がこだけあるみたいなことをおっしゃっておられるので、全社としても伊方だけではなくてですね、全社としても、南海トラフへの対応の委員会をもう私なんせもう 20 年ぐらい前からやってましてですね、特に高知とか徳島は津波の被害が多ございますので、変電所を全部ではないんですけど、ワンバンクは、かさ上げして、津波でももつようにするとかですね、高知市内の電柱は多分やられるので、それを守るのはかなりもう多分難しいので、穴を開けていてですね、前もって津波がきたときには電柱を差し込んで、復旧するとかですね、そういうの対策を、過去から

やっておりますので、今回また起きたので、もう1回対策を洗い直してですね、必要なものをやっていくという取組も始めておりますので、完全に守ることは難しゅうございますけれども、できるだけ早く復旧するということで対応して参りたいと考えております。よろしくをお願いします。

○望月部会長

どうぞよろしくをお願いします。その他ございませんでしょうか。

特にないようですので、議題、終了いたしましたので、本日の専門部会を終了したいと思います。それでは事務局のほうにお渡しします

○事務局

委員の皆様方には長時間にわたり、熱心な御審議を本当にありがとうございました。

今後とも、本県の原子力安全行政に格別の御協力を賜りますようお願い申し上げます。

以上です。ありがとうございました。